

1. MATXS-J50 について

MATXS-J50 は JENDL-5 の中性子反応サブライブラリ、熱中性子散乱則 (TSL) サブライブラリと光子-原子サブライブラリから作成した DOORS 等の多群放射線輸送計算のための MATXS 形式多群断面積ライブラリー式である。格納されているライブラリの群構造は中性子 200 群、 γ 線 42 群と中性子 48 群、 γ 線 20 群の 2 種類である。

2. MATXS-J50 のディレクトリ構造について

MATXS-J50 のディレクトリ構造は以下の通りである。

MATXS-J50

- | - README_jp.pdf : 本ファイル
- | - J5TSL-MATXS.xlsx : TSL の MATXS ファイルの説明
- | - j50.200.42.n250 : JENDL-5 から作成した 250K での中性子 200 群、 γ 線 42 群 MATXS ファイル
- | - j50.200.42.n300 : JENDL-5 から作成した 300K での中性子 200 群、 γ 線 42 群 MATXS ファイル
- | - j50.200.42.n600 : JENDL-5 から作成した 600K での中性子 200 群、 γ 線 42 群 MATXS ファイル
- | - j50.200.42.n900 : JENDL-5 から作成した 900K での中性子 200 群、 γ 線 42 群 MATXS ファイル
- | - j50.200.42.n1200 : JENDL-5 から作成した 1200K での中性子 200 群、 γ 線 42 群 MATXS ファイル
- | - j50.200.42.n1800 : JENDL-5 から作成した 1800K での中性子 200 群、 γ 線 42 群 MATXS ファイル
- | - j50.ts1.200.42 : JENDL-5 から作成した TSL を入れた中性子 200 群、 γ 線 42 群 MATXS ファイル (温度点は TSL に入っている温度点全て。SiO₂ は Si と O の混合ファイルになっているため作成せず)
- | - j50.48.20.n250 : JENDL-5 から作成した 250K での中性子 48 群、 γ 線 20 群 MATXS ファイル
- | - j50.48.20.n300 : JENDL-5 から作成した 300K での中性子 48 群、 γ 線 20 群 MATXS ファイル
- | - j50.48.20.n600 : JENDL-5 から作成した 600K での中性子 48 群、 γ 線 20 群 MATXS ファイル
- | - j50.48.20.n900 : JENDL-5 から作成した 900K での中性子 48 群、 γ 線 20 群 MATXS ファイル

- |- j50.48.20.n1200 : JENDL-5 から作成した 1200K での中性子 48 群、 γ 線 20 群 MATXS ファイル
- |- j50.48.20.n1800 : JENDL-5 から作成した 1800K での中性子 48 群、 γ 線 20 群 MATXS ファイル
- |- j50.ts1.48.20 : JENDL-5 から作成した TSL を入れた中性子 48 群、 γ 線 20 群 MATXS ファイル (温度点は TSL に入っている温度点全て。SiO₂ は Si と O の混合ファイルになっているため作成せず)

3. MATXS-J50 ファイル作成方法

MATXS-J50 の作成条件は以下のとおり。

- 群数 : 中性子 200 群+ガンマ線 42 群、中性子 48 群+ガンマ線 20 群
- 荷重関数 : VITAMIN-E (中性子)、1/E spectrum (ガンマ線)
- ルジャンドル展開次数 : P_6
- 背景断面積 : 10^{10} , 10^4 , 10^3 , 300, 100, 30, 10, 1, 0.1, 10^{-5}
- 温度 : 250, 300, 600, 900, 1200, 1800 K (TSL データ以外。TSL データは入っている温度全て)
- 熱中性子の上限エネルギー : 10 eV
- KERMA 係数 : 運動学的手法で算出 (ACE-J50 と同様)

MATXS-J50 の作成方法を以下に記す。

- A) 付録 1 に記載した修正をした FRENDY (20241030) と JENDL-5 のために修正した NJOY2016.65

(https://rpg.jaea.go.jp/download/ace_lib/acej50/20221205/NJOY2016.65.modification.r2.pdf 参照) を使い、JENDL-5 の中性子反応サブライブラリから中性子の ACE ファイル (温度 250K、300K、600K、900K、1200K、1800K) を作成。この処理での入力 (300K、Fe56 の場合) は以下のとおり。

最初の FRENDY の入力

```
reconr
  20 22
  'pendf tape for jendl-5  n_026-Fe-056 '/
  2631 3 0 /
  .001 /
  'n_026-Fe-056 from jendl-5'/
  'processed with the frendy nuclear data processing system'/
  'see original jendl-5 tape for details of evaluation'/
0/
```

```

broadr
  20 22 23
  2631 1 0 0 0/
.001 /
300 /
0/
stop

```

次の NJ0Y の入力

```

moder
  20 -21
moder
  23 -25
heatr
  -21 -25 -26 0 /
  2631 5 0 0 0 2 0 1 /
  302 318 402 443 444 /
moder
  -26 24
stop

```

次の FRENDY の入力

```

gaspr
  20 24 28
acer
  20 28 0 29 30
  1 1 1 .20/
'n_026-Fe-056 jendl-5 frendy njoy 2025.5' /
  2631 300 /
  1 1 /
/
stop

```

- B) 作成した ACE ファイルから GENDF ファイルを FRENDY で作成。この処理での入力(300K、Fe56 の場合)は以下のとおり。

FRENDY の入力

```
mg_neutron_mode //Process mode
```

```

ace_file_name ( n_026-Fe-056. ace )
mg_edit_option ( GENDF )
mg_file_name   n_026-Fe-056

mg_structure      ( ign102 ) //VITAMIN-B6 200
mg_structure_gam  ( igg10  ) //VITAMIN-J   42
mg_weighting_spectrum ( iwt11  ) //VITAMIN-E weight function
(ORNL-5505)
legendre_order    6

mg_mat_no ( 2631 )

```

- C) NJOY2016.65 の GAMINR モジュールで JENDL-5 の光子-原子ライブラリからガンマ線の GENDF ファイルを作成。この処理での入力(300K、Fe56 の場合)は以下のとおり。

NJOY の入力

```

reconr
30 31
'pendf tape from jendl-5' /
2600 1 0 /
.001 0. 7 /
'n_026-Fe-056 from jendl-5' /
0/
gaminr
30 31 0 32
2600 10 3 6 0
'42-group photon interaction library' /
-1 0 /
0/
stop

```

- D) NJOY2016.65 の MATXS モジュールで、B) で作成した中性子の GENDF ファイルと C) で作成したガンマ線の GENDF ファイルを結合した MATXS ファイルを作成。この処理での入力(300K、Fe56 の場合)は以下のとおり。

NJOY の入力

```

moder

```

```

27 -28
matxsr
-28 32 33/
15 'jendl-5 frendy' /
2 4 1 1/
'jendl-5 n_026-Fe-056 300K frendy' /
'n'
'g' /
200 42/
'nscat' 'ng' 'gscat' 'nthrm' /
1 1 2 1 /
1 2 2 1 /
'fe056' 2631 2600/
stop

```

4. MATXS-J50 の TSL ファイルに関する注意点

- TSL の MATXS ファイルには KERMA、損傷エネルギー生成断面積は入っていない
- TSL の SiO₂ は Si と O の混合ファイルになっているため作成しなかった
- TSL の MATXS ファイルで、MATXSR で対応しているサーマルデータ (Table 1 参照) 以外の名称は mt249、mt250 に設定 (詳細は J5TSL-MATXS.xlsx 参照)
- TSL データでグラファイトは C12 のみ、UN の N は N14 のみ

Table 1 Thermal Material Names

Name	MT	Description	Name	MT	Description
free	221	free-gas scattering	zrzrh	235	Zr in ZrH incoherent
hh2o	222	H in H ₂ O	zrzrh\$	236	Zr in ZrH coherent
poly	223	H in polyethylene (CH ₂) incoherent	obeo	237	O in BeO incoherent
poly\$	224	H in polyethylene (CH ₂) coherent	obeo\$	238	O in BeO coherent
hzrh	225	H in ZrH incoherent	ouo2	239	O in UO ₂ incoherent
hzrh\$	226	H in ZrH coherent	ouo2\$	240	O in UO ₂ coherent
benz	227	Benzene incoherent	uuo2	241	U in UO ₂ incoherent
dd2o	228	D in D ₂ O	uuo2\$	242	U in UO ₂ coherent
graph	229	C in graphite incoherent	al	243	Al metal incoherent
graph\$	230	C in graphite coherent	al	244	Al metal coherent
be	231	Be metal incoherent	fe	245	Fe metal incoherent
be\$	232	Be metal coherent	fe	246	Fe metal coherent
bebeo	233	Be in BeO incoherent			

5. MATXS-J50 の入手先

<https://rpg.jaea.go.jp/main/ja/MATXS-J50/>

6. MATXS-J50 の参考文献

レポート、論文は作成中。

JENDL-5 については以下の論文参照。

- (1) O. Iwamoto, et al., “Japanese Evaluated Nuclear Data Library version 5: JENDL-5,” J. Nucl. Sci. and Technol., 60 pp.1-60 (2022).

6. 問い合わせ先

konno.chikara@jaea.go.jp
029-282-5483

7. 付録 1

MATXS-J50 作成のため、FRENDY (20241030) に以下の修正を行った。

frendy/UnresoUtils/ProbabilityTableCalculator.cpp の 12 行目
const Real8 ProbabilityTableCalculator::min_xs_coef = 1.0E-2;
を
const Real8 ProbabilityTableCalculator::min_xs_coef = 1.0E-1;
に変更。

frendy/UnresoUtils/ProbabilityTableCalculator.cpp の 2369 行目

```
xs_val[j][k] = min_sig_val;  
の後に  
if( k == fission_xs && fis_flg == 0 )  
{  
    xs_val[j][k] = 0.0;  
}  
}
```

```
//Modify small cross section data to appropriately calculate P1  
bondarenko cross section
```

```
//When the back ground cross section and sampled total cross section are  
so small,
```

```
//this small total cross section affects p1 total Bondarenko self-  
shielding cross section.
```

```
//To avoid such problem, small cross section is modified.
```

```
if( xs_val[j][total_xs] < xs_data_back[total_xs] * min_xs_coef )  
{  
    for(int k=0; k<xs_type_no; k++)  
    {
```

```
xs_val[j][k] = xs_data_back[k] * min_xs_coef;
```

を追加。

8. 付録 2

今回の作成とは関係ないが、NJ0Y2016.65 のバグ（複数温度 MATXS ファイルのバグ、核分裂スペクトルのバグ）を特定し、修正した（NJ0Y のみで JENDL-5 の MATXS ファイルを作成する場合にはこの修正は必要）。修正箇所は以下のとおり。

matxsr.f90 の 15 行目

```
integer::mult=2          ! used for counting 8-byte entries
```

の後に

```
real(kr)::a0(200000)
```

を追加。

matxsr.f90 の 445 行目

```
character(16)::word
```

の後に

```
integer::i
```

を追加。

matxsr.f90 の 463 行目

```
ngen8=0
```

の後に

```
do i=1, 200000
```

```
a0(i)=0.0
```

```
enddo
```

を追加。

matxsr.f90 の 2217 行目

```
a(icdat-1+jg2)=b(irinp+lz+ik-1)
```

を

```
a(icdat-1+noutg+jg1)=b(irinp+lz+1)-a0(icdat-1+noutg+jg1)
```

```
if (iref.eq.0) a0(icdat-1+noutg+jg1)=b(irinp+lz+1)
```

に修正。

matxsr.f90 の 2222 行目

```
a(icdat-1+noutg+jg1)=b(irinp+lz+1)
```

を

```
      a(icdat-1+noutg+jg1)=b(irinp+lz+1)-a0(icdat-1+noutg+jg1)
      if (iref.eq.0) a0(icdat-1+noutg+jg1)=b(irinp+lz+1)
に修正。
```

group. f90 の 5718 行目

```
      if (mfd.eq.6.and.mtd.eq.18) nz=nsigz
を削除。
```